

PWRプラントのレベル - 1 PSAベンチマーク解析 (ステップ2)

共通要因故障と人間信頼性解析

Benchmark Exercises on PWR Level-1 PSA (Step 2)
— Analyses for Common Cause Failure and Human Reliability —

丹羽 雄二 (Yuji Niwa)* 高橋 英明 (Hideaki Takahashi)†

要約 レベル1 PSAの各段階で行われる工学的知見に基づく仮定により、PSAの結果は統計量を使用することによる本来の数値的揺らぎにより不確定性を生ずる。この仮定による不確定性の把握を目的として、解析する標準問題、即ちベンチマーク問題を設定した。適用するデータベースにより、単一の安全系のアンアベイラビリティに大きな不確定性を生ずることを示した。本報告では、共通要因故障とヒューマンエラーによる不確定性把握のために、既に設定したベンチマーク問題に感度解析を行い、得られた種々の知見について述べる。

キーワード ベンチマーク、共通要因故障、ヒューマンエラー

Abstract Several assumptions based on engineering judgement for various stages of level-1 PSA cause uncertainties in respect of statistical fluctuations. This problem, known as the 'benchmark problem', has been analyzed to determine the uncertainties caused by these assumptions. It has been concluded that the database that was applied caused the considerable uncertainties of unavailability of even a single safety system. In this report, some conclusions are drawn concerning common cause failure and human error analyses by applying sensitivity analyses to the benchmark problem.

Keywords benchmark, common cause failure, human error

1. ベンチマーク問題Aに関する共通要因故障を考慮した解析

1.1 機器の独立故障率に対する追加感度解析

Step-1で解析を行った単一安全系の機能喪失を炉心損傷確率に大きな影響を持つ補助給水系に対して再度データを追加して解析を実施した。(1)本ベンチマーク問題で作成した蒸気発生器細管破損事故(SGTR)を起因事象としたイベントツリーと問題A, B, Cで扱う部分を図1に、モデルの補助給水系の系統図を図2に再掲する。具体的な解析ケースは下記のとおりである。

- (A) 米国 Generic Data⁽²⁾
- (B) 米国 Surry プラントのPSA (NUREG / CR-4550⁽³⁾、信号系の故障は基本事象扱い)
- (C) 米国 " (NUREG / CR-4550 (B) に対し信号系のモデルを詳細化)
- (D) 米国 " (IPE⁽⁴⁾)
- (E) 米国 Sequoyah プラントのPSA (NUREG / CR-4550⁽⁵⁾、信号系の故障は基本事象扱い)
- (F) 米国 " (IPE⁽⁶⁾)
- (G) 米国 Millstone プラントのPSA⁽⁷⁾
- (H) 米国 LER および IEEE⁽⁸⁾⁽⁹⁾
- (I) 米国 " ((H) に対し、DGの故障率を(G)での値に変更)
- (J) 欧州 T-Book⁽¹⁰⁾

* (株)原子力安全システム研究所 技術システム研究所

† (株)三菱総合研究所

各ケースの解析において、まずシステムの使命時間(6時間)、各機器の点検周期(1ヶ月)、およびヒューマンエラー確率については同じ値を使用した。図3に共通要因故障を考慮しない場合の各ケースの解析結果を、図4にシステムのアンアベイラビリティに対する機器故障率寄与度のプロフィールを示した。機器故障率の寄与度 FV は、次の式で算出した値(Fussell-Vesely重要度)を規格化したものである。

$$FV \equiv 1 - \frac{R_0}{R} \quad (1)$$

但し、 R_0 ：当該機器の故障率を0とした場合のアンアベイラビリティ、

R ：基本ケースでのシステムのアンアベイラビリティ

図4において例えばモーター動補助給水ポンプとは、電動補助給水ポンプAおよびBについての各故障モードの総和(起動失敗、運転失敗、待機除外の和であり、サポート系の故障は除く)をとったものである。

1.2 共通要因故障に対する感度解析

次に上記のケースの中から(C)および(G)の2ケースをベースケースとして選択し、これらに対して共通要因故障の取扱いに関する検討を行った。これらをベースケースとして選択した理由は、システムのアンアベイラビリティ解析結果に2桁近い大きな差異があることから、共通要因故障の影響にも際立った差異を生じ得るものであり、影響の範囲を検討するのに適当と判断したことによる。それぞれについて以下の取扱いを行う解析ケースを設定した。各ケースについて共通要因故障を考慮した機器と故障モードを表1に示した。

- (a) ファクター法(NUREG / CR-4550⁽³⁾)
- (b) ファクター法(Surry IPE⁽⁴⁾)適用故障モードを(a)と同じとしたケース
- (c) ファクター法(Surry IPE⁽⁴⁾)
- (d) MGL法(Sequoyah IPE⁽⁶⁾)適用故障モードを(a)と同じとしたケース
- (e) MGL法(Sequoyah IPE⁽⁶⁾)
- (f) MGL法(FRG⁽¹¹⁾)適用故障モードを(a)と同じとしたケース

(g) MGL法(FRG⁽¹¹⁾)

(h) BFR法(Millstone 3 PSA⁽⁷⁾)適用故障モードを(a)と同じとしたケース

(i) BFR法(Millstone 3 PSA⁽⁷⁾)

表1にあげた機器以外にも冗長な機器の故障がMCS(Minimal Cut Set)中に現れるが、共通要因故障を考慮していないものとして、オリフィス、リレー、ロジックモジュール、インパタの4種類の機器が存在する。図5に(C)と(G)のケースに関する解析結果(平均値)を、それぞれ独立故障のみを考慮した結果との相対値として示した。図6には、(C)と(G)のケースについてのシステムのアンアベイラビリティに対する機器故障率寄与度のプロフィールを示した。

1.3 ベンチマーク問題Aの解析によって得られた知見

1.3.1 機器の独立故障率や保守時のヒューマンエラーに対する感度解析から得られた知見

知見1：見かけ上同じような解析結果を示した場合でも、各機器の寄与割合には有意な違いが存在し得る。

逆に各機器の寄与割合が比較的類似している場合でも、解析結果には大きな違いが存在し得る。

説明：ケース(A)から(E)の解析結果は、一見類似した値を示した。しかし、MCSおよび各機器の寄与割合には明らかに違いが見られる。これはそれぞれのケースでは個々の主要な機器の故障率にはファクター3の範囲内での差異があることによる。一方(E)と(F)は同じプラントを対象とした規制側と産業界側との違いを反映したものであるが、機器の故障寄与度のプロフィールが比較的一致して見えても、最終的な解析結果には約1桁の違いが生じている。

知見2：少数の機器のデータの変化であっても極めて大きな影響を持ち得ることに注意する必要がある。特に、使用する故障率データの中で機器間のバランスが大きく変化するような異種のデータソースからの引用を図る場合には、注意が必要である。

説明：(C)と(G)のケースの差には、非常用DGおよびタービン動ポンプについての故障率の違いが大

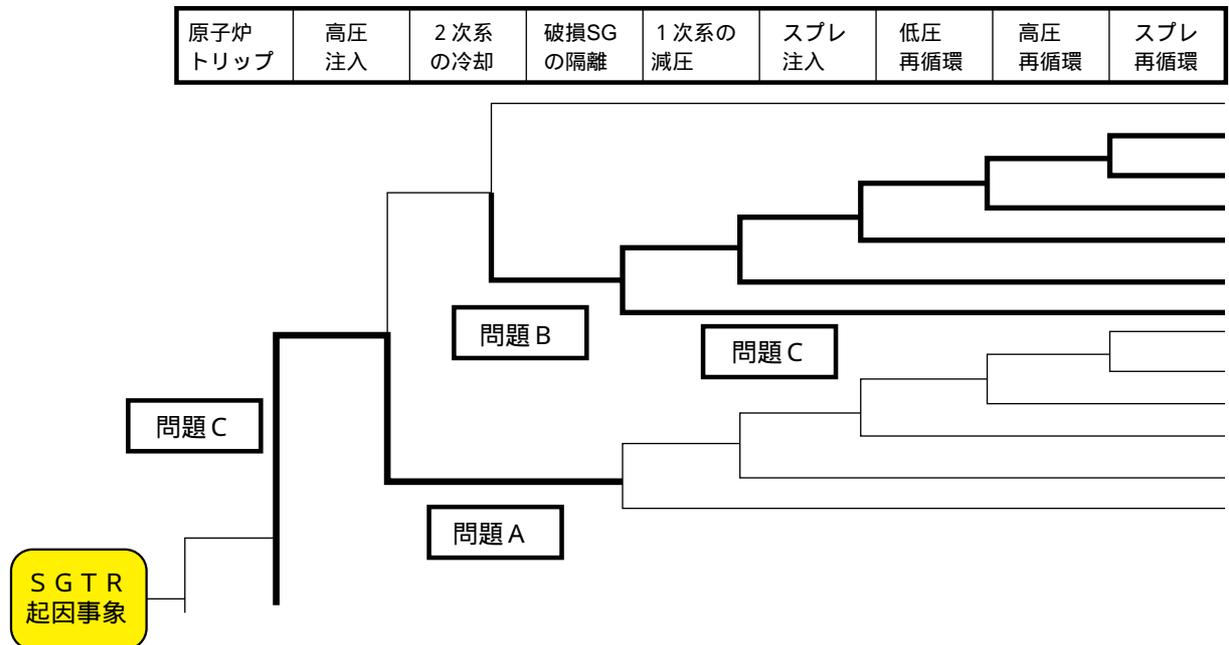


図 1 ベンチマーク問題 A , B , C の範囲

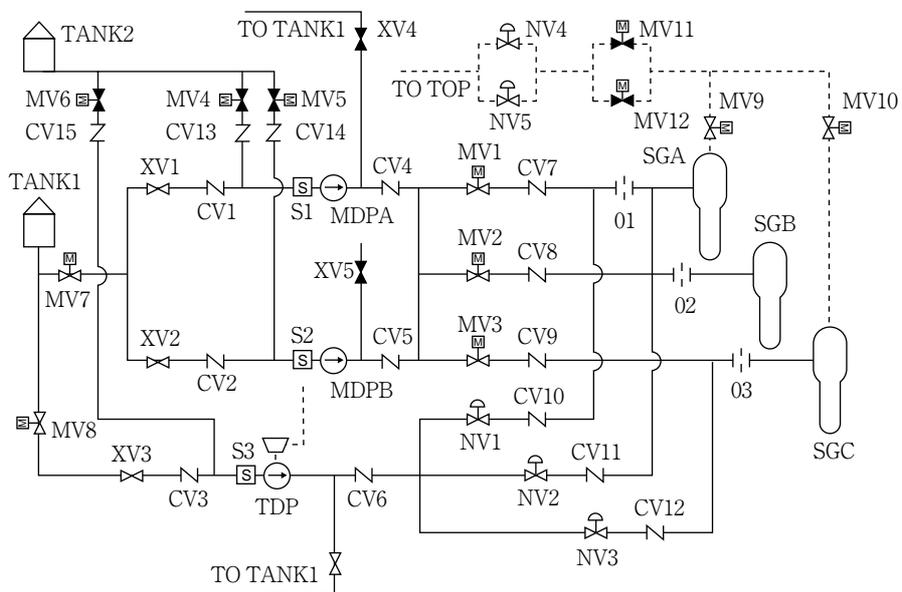


図 2 モデルとした補助給水系の系統図

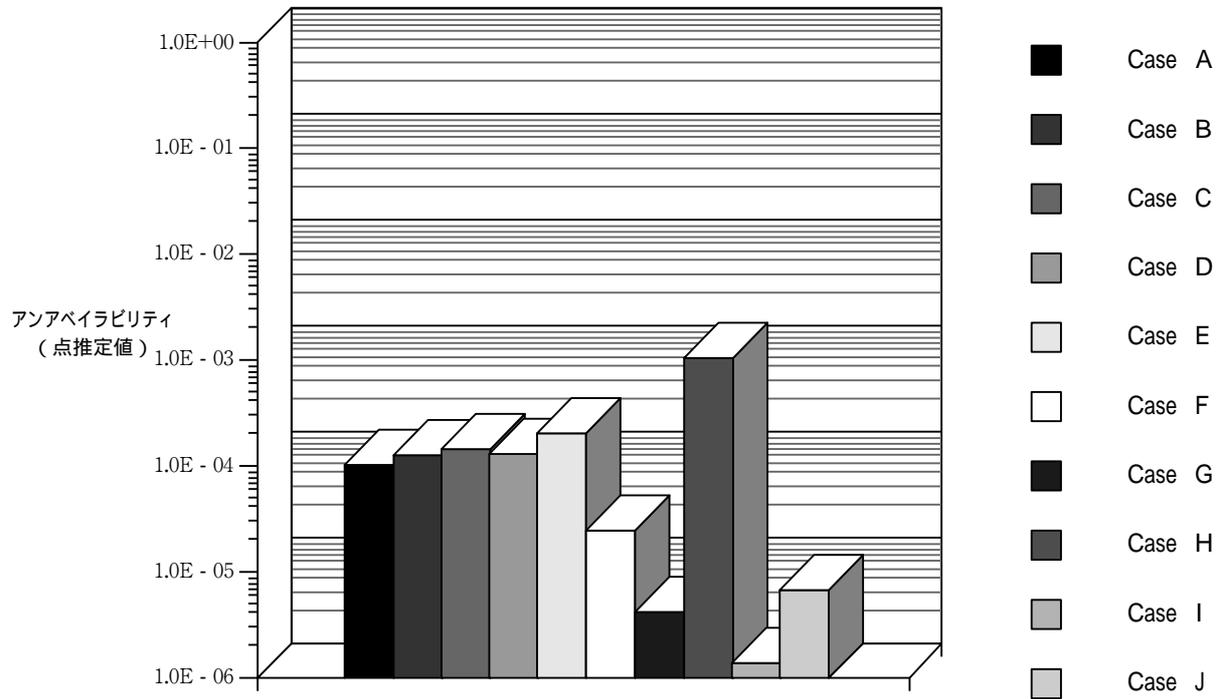


図3 共通要因を考慮しない場合の解析結果

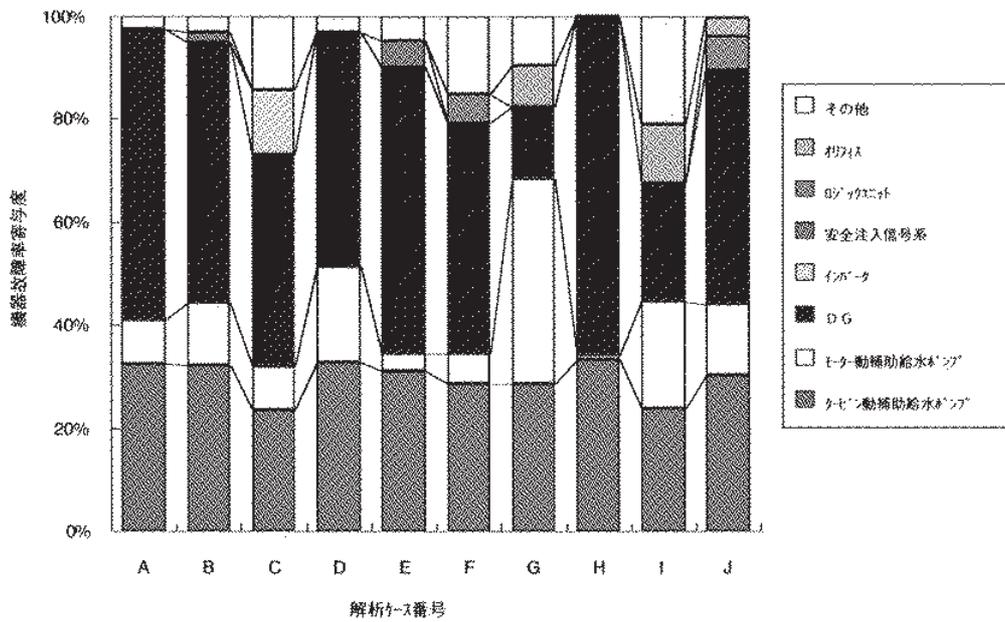


図4 共通要因を考慮しない場合の機器故障率寄与度

機器	故障モード	Sury-4550 βファクタ法 (a)	Sury-IPE βファクタ法 (b)	Sury-IPE βファクタ法 (c)	Sequoyah IPE MGL (d)	Sequoyah IPE MGL (e)	FRG MGL (f)	FRG MGL (g)	Millstone3 BFR (h)	Millstone3 BFR (i)
電動ポンプ	起動失敗	○	○	○	○	○	○	○	○	○
	運転失敗					○		○		○
	制御回路故障	○	○	○	○	○	○	○	○	○
	回路遮断器故障	○	○	○	○	○	○	○	○	○
電動弁	開失敗	○	○	○	○	○	○	○	○	○
	開継時失敗-閉塞							○		○
	開継時失敗									○
	閉動作+外部リロック									○
非常用DG	制御回路故障	○	△	△	○	○	○	○	○	○
	回路遮断器故障	○	△	△	○	○	○	○	○	○
	起動失敗	○	○	○	○	○			○	○
	運転失敗					○				○
空気作動弁	開継時失敗-閉塞					○				○
	開継時失敗									○
	閉動作+外部リロック									○
手動弁	開継時失敗-閉塞									○
	開失敗(2/3, 3/3)							○		○
逆止弁	開失敗(2/4, 3/4, 4/4)			○				○		○
	n/mはm台中の 其温度因故障を 表す。									○

表 1 各ケースの共通因子を考慮した機器と故障モード

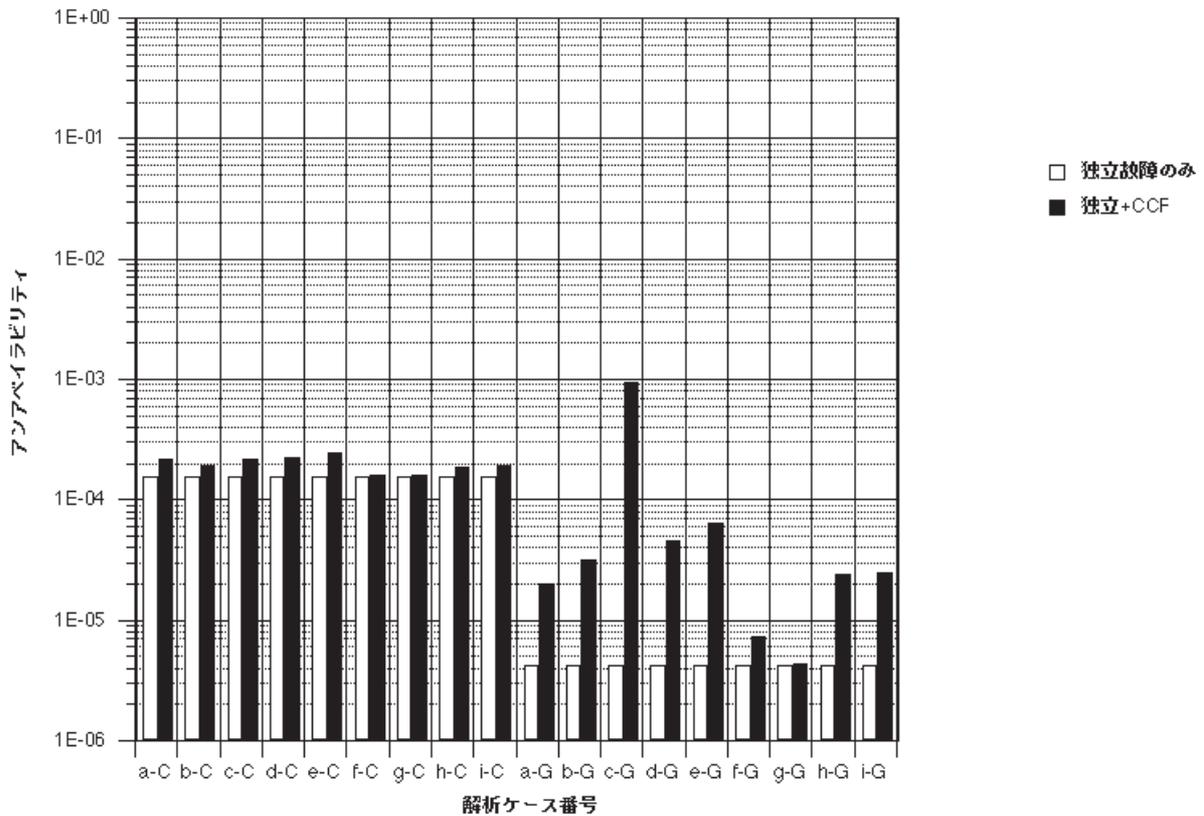


図 5 共通因子を考慮した場合の解析結果

大きく影響している。それぞれ (C)の方が約15倍、2倍となっている (G)のケースのデータのうち、上記の2つの機器に関するデータのみを (C)のデータに置き換えただけで、解析結果はほぼ一致したものとなる。(E)と (F)についても非常用DGについてのデータの違いの影響が大きい。更に特に顕著に現れた例として (H)と (I)がある。これらの2ケースでは非常用DGの故障率のみが違うが、アンアベイラビリティ値は (I)の方が2桁小さい((H)では0.2 (I)では2.3E - 3)。故障寄与度のプロフィールにも大きな違いを生じている。

知見3: バランスのとれたジェネリックデータを活用することが重要である。

説明: ケース (A)から (F)では、機器故障率寄与度のプロフィールにはそれほど顕著な違いは見られない。この理由として、それぞれのPSAでプラント固有の故障率データを使用する際に、ジェネリックデータを事前分布としたベイズ処理を施していることがあげられるであろう。このことによりジェネリックデータから顕著な差は生じず、また異なった機器の故障率の間のバランスもある程度保たれることが期待される。

知見4: 故障率と待機除外確率のバランスも重要である。ポンプやDGの待機除外確率が起動失敗確率と比べて著しく小さい場合には、解析結果に有意な変化をもたらし得る。また使命時間の違いも一般的に解析結果に有意な変化をもたらし得る。

説明: 待機除外確率の影響については、10種類のデータベースの中で機器故障率に対する待機除外確率の最も小さいデータ(起動失敗確率の30分の1程度)を適用したケースと、逆に最も大きいデータ(起動失敗確率と同程度)を適用したケースの間で比較を行った。この結果ファクター3の範囲での差異を生じた。使命時間の影響は機器故障率データに依存し、例えば、解析ケース (G)では運転失敗の故障率が起動失敗確率に比べて小さいことから、影響は極めて小さい。一方解析ケース (C)ではファクター2前後の変化が見られた。

知見5: 使用するデータによっては、系統間の依存性を正確に取り扱うことの重要性が大きく異なり得る。

説明: ケース (B)と (C)では、計装系の取扱いのみ

が異なる (B)から (C)へのモデルの変更によって結果の数値には大きな変化がない一方で、機器の故障寄与度のプロフィールには有意な変化が生じている。これは、計装系のモデルを詳細化したケースでは、比較的上位のカットセットにインバータの故障や定電圧装置の故障といった電源系の機器の故障が現れていることによる。計装系(デジタル部分)はバイタル電源を必要としていることから、このようなカットセットが現れる。ケース (C)では他のPSAでのデータと比べてインバータの故障率が2桁ほど高い値を適用していることから、比較寄与度が高いものとなっている。

知見6: ポンプの定期試験時のヒューマンエラー(点検後の弁の復旧エラー)の影響は小さく、無視できる程度である。

知見7: 同じフォールトツリーモデルを用いても、使用する故障率データによって「1つの安全系の機能喪失」の確率には2桁以上の差を生じ得る。これは、複数の安全系の機能喪失が重なる事故シーケンスともなれば、更に大きな差を生じる可能性の存在を示唆している。

1.3.2 共通要因故障に対する感度解析から得られた知見

知見8: 共通要因故障モデルによって生じる結果の差異を議論することは不可能であった。

説明: 共通要因故障モデルには、MGL法(ファクター法を含む)、BFR法の2モデルを適用したが、モデルによってパラメータの意味するところが異なり、比較は困難であった。MGL法とファクター法については、3重故障をどのように考慮するかよりも、どのような機器の故障モードまで共通要因故障を考慮するかの違いの影響が大きい。

知見9: 共通要因故障の影響の大きさは、機器の独立な故障に関するデータによって極めて大きな影響を受ける。

説明: ベースケースの (C)と (G)では、寄与度が大きい機器のうち、非常用DG等のごく少数の機器において、機器故障率に15~100倍の違いがある。このことが影響し、ベースケース (G)の場合には、共通要因故障の寄与は極めて大きなものとなった。共通要因故障データ(考慮する故障モードの違いを

含む)に対する感度も、ベースケース(G)の方が大きい、これも独立な故障率値に対して依存している。また機器故障寄与度のプロフィールにも大きな違いが生じた。ベースケース(C)の場合には、共通要因故障データが異なっている、機器の故障寄与度のプロフィールには大きな変化は生じていない。一方ベースケース(G)の場合には、使用する共通要因故障データによってプロフィールには有意な変化が生じた。

知見 10：独立故障率の利用にあたって、使用する故障率データの中で機器間のバランスが大きく変化するような異種のデータソースからの引用を図る場合には、注意が必要であることを記述した。この場合には更に、共通要因故障を考慮した解析結果の安定性にも大きな影響を及ぼし得る。加えて独立故障と共通要因故障のバランスの問題も重要なものとなり、独立な故障率と共通要因故障パラメータのデータのソースが異なったものである場合には、特に注意を要する。

知見 11：共通要因故障を考慮することにより、不確定性幅が減少することもあり得る。

説明：独立故障のみを考慮した場合、ベースケース(C)と(G)の解析値の間には2桁以上の差が存在したが、この差は共通要因故障を考慮することにより、約1桁の差に縮まった。これはベースケース(G)の場合には、共通要因故障の寄与度が90%前後を占めることによる。すなわち、共通要因故障への依存性が極めて大きいことにより、見かけ上の差が小さくなったものである。

知見 12：共通要因故障パラメータの不確定性は、解析結果に大きな影響を持たない。

説明：モンテカルロ法による不確定性解析で、共通要因故障のパラメータに対するエラーファクターを5とした場合と10とした場合の解析を行った。これらの間に有意な差は生じなかった。

2. ベンチマーク問題 B に関する解析

2.1 ベンチマーク問題 B の解析モデル

既に行われた Level-1 PSA ベンチマーク解析では、ヒューマンエラーの取り扱いにより大きな不確定性が生じたことが指摘されている。本ベンチマ

ーク解析でも、多重のヒューマンエラーを含んだシーケンスの解析を行う。このための問題 B は、蒸気発生器の伝熱管破損を起因事象とする事故シーケンスのうち、破損 SG の隔離失敗および一次系の減圧失敗の2つのヒューマンエラーからなるシーケンスを対象としたものである。こういった事故シーケンスならびに事故時の対応は、国によって、また個々のプラントの運用上の違いによって異なったものとなり得るものである。従って、国内の実状を反映したものではないことに注意する必要がある。本研究で扱われるシーケンスはあくまで、アメリカ等での公開資料に基づき、標準的なものを設定したにすぎない。またイベントツリーでの表現方法によっても異なり、PSA によっては SGTR イベントツリーのヘディングに1つのヒューマンエラーが入る場合から5つのヒューマンエラーが入る場合まで、様々な例がある。しかし、例えヘディングとして1つのヒューマンエラー事象としてしか表現されていない場合でも、その中にバップアップ操作を含んだ複数のヒューマンエラーが関わる場合も存在する可能性があることに注意する必要がある。

一般的な小イベントツリーによる表現では、「破損 SG の隔離」と「一次系の減圧」は、図 1 の太線部分のように単純に2つのヘディングで表現される。この2つのヘディングに対して代表的なヒューマンファクター解析法である THERP 手法 (Technique for Human Error Rate Prediction⁽¹²⁾) と HCR 手法 (Human Cognitive Reliability Analysis⁽¹²⁾) の適用を図った。

破損蒸気発生器(以下、破損 SG と書く。)の隔離に考慮する人的過誤とベースケースの解析条件は下記のとおりである。

- SGTR の認知失敗 (診断エラー)
- 破損 SG の同定失敗 (診断エラー)
- 破損 SG の隔離 (行動エラー)

診断と行動エラーを分けているのは、THERP 手法において診断エラーには時間 - 信頼性時間 (TRC) 曲線を使用するからである。ベースケースの仮定は下記のとおりである。

- SGTR であることの同定および破損 SG の同定に関する許容診断時間は30分とする。
(Surry PSA より)

- SGTRの事象認知については、良く訓練されている。従って、TRC曲線の下限值を採用する。
- 破損SGの同定に関しては、TRC曲線のノミナル値を採用する。
- HCRを使用する場合に必要なパラメータである平均応答時間は10分とする。
- HCRを使用する場合に必要なパラメータである認知のタイプはスキルベースとする。
- マンマシン・インターフェースの良否については、普通(ディスプレイ等は人間工学に基づいて設計されているが、情報の統合は運転員が実施しなければならない。)である。
- 手順書(ロングリスト)は使用される。
- 運転員は十分な経験レベルを持つ。
- ストレスレベルは極めて高い。
- 手順書の記載ミスはない。
- 診断後の操作タスクについては、Supervisorによる過誤の回復を考慮する。
- 弁のスイッチに関するPSFは次のとおりである。
 - 2方向スイッチである。
 - ステレオタイプ(慣習との不一致)による侵害はない。
 - スイッチは機能別に配置されている。
- 各タスクはステップバイステップタスクとする。
 - 1次系の減圧操作については、基本的に加圧器逃がし弁を強制的に開放する操作である。減圧必要と認める認知エラーと行動エラーを考慮している。ベースケースの仮定は下記の

とおりである。

- 図5のツリーのケースの場合、主給水ポンプ、補助給水ポンプの停止警報の発生を認識し、30分以内に1次系の減圧を実施する必要がある(Surry PSAより)
- HCRを使用する場合に必要なパラメータである平均応答時間は5分とする。
- HCRを使用する場合に必要なパラメータである認知のタイプはルールベースとする。
- 診断エラーに対しては、TRC曲線のノミナル値を適用する。
- その他は、破損SGの隔離と同じ仮定条件を適用する。

2.2 ベースケースの解析結果

ベースケース解析の結果を表2に示す。THERP手法とHCR手法の結果の比較については、基礎となる考えが異なるので、単純な比較はできないが、ベースケースの場合、比較的近い値を示している。これは、経験、手順書情報等に基づく仮定を十分検討して行えば、どちらのモデルを採用しても結果に大きな影響を与えないことを示唆している。

2.3 感度解析

THERP, HCR手法において結果に大きな影響を及ぼすと考えられる因子について感度解析を実施した例を示す。

評価対象	破損SGの隔離操作		1次系の減圧操作	
	THERP	HCR	THERP	HCR
過誤の形態	(1) 診断エラー (2) 行動エラー	応答エラー	(1) 診断エラー (2) 行動エラー	応答エラー
過誤確率	(1) 0.001 (2) 0.029	0.030	(1) 0.10 (2) 0.013	0.027
	0.030	0.030	0.11	0.027

表2 ベースケースの解析結果

解析ケース	SGTRの 認知失敗	破損SGの 同定失敗	破損SGの 隔離操作失敗	ヘディング 破損SG隔離 失敗
ベースケース	1.0 E - 4	1.0 E - 3	2.9 E - 2	3.0 E - 2
Case 1	-	1.0 E - 4	-	2.9 E - 3
Case 2	-	1.0 E - 3	4.8 E - 3	5.8 E - 3
Case 3	-	-	2.8 E - 3	3.8 E - 3
Case 4	-	-	1.1 E - 1	1.1 E - 1
Case 5	-	-	5.8 E - 2	5.9 E - 3
Case 6	-	-	9.5 E - 2	9.6 E - 2

表3 「破損SGの隔離」におけるTHERP手法の感度解析

2.3.1 ヘディング「破損SGの隔離」に関する感度解析

(1) THERP手法による解析の場合

- Case 1 破損SGの同定失敗において、TRCの「ノミナル値」から「下限値」に変更
- Case 2 ストレスレベルを「極めて高い」から「高い」に変更
- Case 3 「スイッチは機能別に配置されている」から「ミミック化された配置となっている」に変更
- Case 4 Supervisorによる過誤の回復を考慮しない。
- Case 5 Supervisorによる過誤の回復は考慮するが、「特に要請されたチェック」から「手順書を用いた肩ごしのチェック」に変更
- Case 6 操作を「ステップバイステップ・タスク」から「ダイナミック・タスク」に変更

Case 1からCase 3は全体の過誤率を楽観的に変えるものであり、Case 4からCase 6は逆に保守的に変えるものである。表3に感度解析の結果を示す。表1のように、ストレスレベルとダブルチェックの有無でかなりヘディングの値そのものが揺らぐことが判る。診断の余裕時間に関する感度解析は実施していないが、感度はかなり大きいものと予想される。

(2) HCR手法による解析の場合

上記の仮定をベースケースとして感度解析を実施した。その項目を記す。

- Case 7 運転員がタスクの遂行に要する時間を5分とした場合
- Case 8 運転員がタスクの遂行に要する時間を15分とした場合
- Case 9 マンマシン・インタフェースの状態を良とした場合
- Case 10 マンマシン・インタフェースの状態を貧弱とした場合
- Case 11 ストレスレベルを「若干高い」とした場合
- Case 12 認識処理のタイプをルールベースとした場合

以上の結果を纏めたものを表4に示す。遂行時間の感度が大きくなるのは、HCR手法の性質上、明らか

解析ケース	破損SGの隔離失敗確率
ベースケース	3.0 E - 2
Case 7	1.6 E - 1
Case 8	2.5 E - 1
Case 9	1.3 E - 1
Case 10	1.1 E - 1
Case 11	1.3 E - 1
Case 12	1.4 E - 1

表4 「破損SGの隔離」におけるHCR手法の感度解析

解析ケース	1次系の減圧の必要性の認知失敗	1次系の減圧失敗	ヘディング「1次系の減圧」失敗確率
ベースケース	1.0E - 1	1.3 E - 2	1.1 E - 1
Case 1	1.0E - 2	-	2.3 E - 2
Case 2	-	2.1 E - 3	1.0 E - 1
Case 3	-	1.2 E - 2	1.1 E - 1
Case 4	-	5.2 E - 2	1.5 E - 1
Case 5	-	2.6 E - 2	1.3 E - 1
Case 6	-	5.6 E - 2	1.6 E - 1

表5 「1次系の減圧」におけるTHERP手法の感度解析

かであるが、運転操作の難しさやマンマシン・インターフェースの良否で結果が3倍程度になることに注意しよう。

2.3.2 ヘディング「1次系の減圧」に関する感度解析

(1) THERP手法による解析の場合

許容診断時間を10分とした場合のCase 1からCase 6の感度解析を実施した結果を表5に示す。「1次系の減圧操作」自体の操作タスクが簡単なことから、不確定性幅は比較的せまいものになっている。

(2) HCR手法による解析の場合

「破損SGの隔離」の感度解析項目と同じものを実施するが、ベースケースの平均応答時間が異なるため、Case 7については、3分(Case 7と書く)、Case 8(Case 8と書く)については、10分で解析している。結果を表6に示す。時間の因子が最も影響が大きいが、タスクが簡単なため、それ程の値の大きさの差異がないのは、THERP手法による感度解析と同様である。

2.4 詳細イベントツリーによる解析

通常のシーケンス評価では、「破損SGの隔離」と「1次系の減圧」の値を乗ずることになるが、2つの更に詳細に考察すべき点が残る。1つは、各ヘディングの間の依存性の考慮が不十分なこと、もう一方は、操作されるべき機器のハードウェア故障が

解析ケース	破損SGの隔離失敗確率
ベースケース	3.5 E - 2
Case 7	1.1 E - 1
Case 8	6.0 E - 1
Case 9	1.6 E - 1
Case 10	5.0 E - 1
Case 11	2.8 E - 1
Case 12	3.9 E - 1

表6 「1次系の減圧」におけるHCR手法の感度解析

考慮されていないことである。そこで、この2つのヘディングをより詳細に解析するために、OAT (Operator Action Tree)を作成し、この問題点についての解決を図ることとした。OATの分岐要素は下記のとおりである。下記の項目中、「」印は要求される人間の行動を表し、「」印はハードウェア故障を表している。

SGTRの認知

破損SGの同定

- 多くの場合、「給水」と「蒸気」流量のミスマッチにより破損SGを同定

タービンバイパス弁、主蒸気逃がし弁、主給水制御弁の自動再開止

- ハードウェアのインタロックによる自動動作である。

自動再開止失敗時の手動バックアップ

- 主蒸気逃がし弁自動再開止失敗後の手動閉止

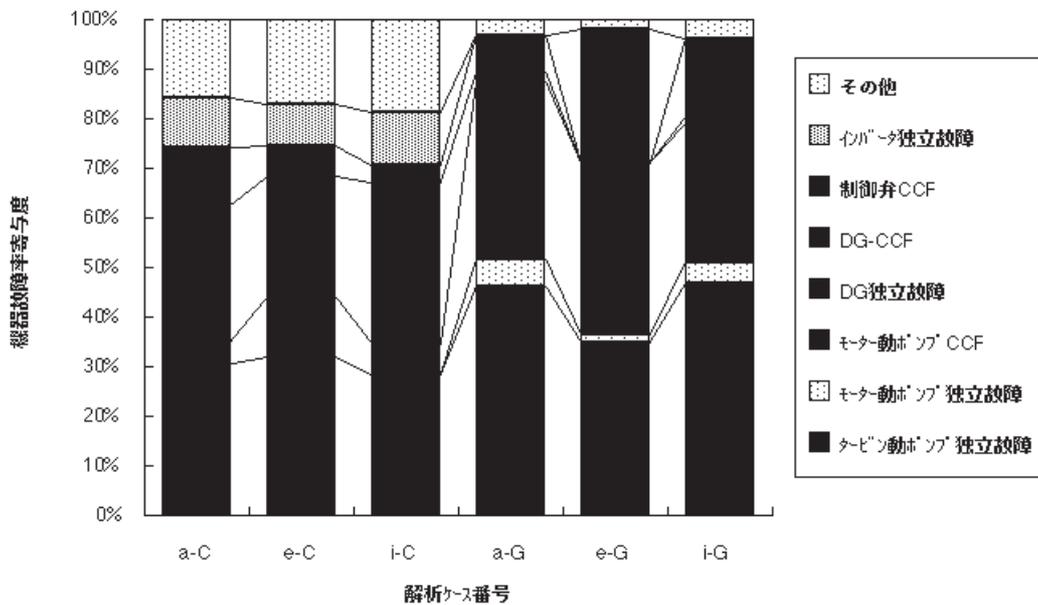


図6 共通要因を考慮した場合の機器故障率寄与度

操作

- タービンバイパス弁自動再閉止失敗後の主蒸気隔離操作
- 給水制御弁自動閉止失敗後の手動閉止(主給水隔離弁の自動動作は期待していない.)

上記のバックアップ操作の弁の正常動作

- 弁体脱落等のハードウェア故障を考慮する.

破損SGの補助給水との隔離操作

- 電動補助給水ポンプ出口電動弁と補助給水流量調整弁の閉止操作

補助給水隔離関連の弁の正常動作

- 弁体脱落等のハードウェア故障を考慮する.

ハードウェア故障の認知状態

- 隔離すべき弁でハードウェア故障があった場合、そのことが表示灯等により、すぐに判る場合と、プラントパラメータから判断しなければならない場合を考慮する.

1次系の減圧

加圧器逃がし弁の正常動作

以上の分岐をイベントツリーに展開したOATを図7に示す. この中で、枝中に付されたアルファベットの意味は判断状況により分類したものである.

- A 隔離すべき弁が故障により閉止しなかったが、閉止していないことが表示灯で確認された.

- B 隔離すべき弁が故障により閉止しなかったが、閉止の確認をしなかったため、状況の正確な判断ができていない.

- C 破損SG隔離操作上のエラー(行動エラー)により、隔離されなかった.

- D 破損SGの同定に失敗した.

OATのハードウェア故障率については、アメリカのGenericの値を採用し、サポート系故障の影響も近似的に考慮した. また、共通要因故障については、ファクターモデルを採用した. 解析したOATの中でのドミナントなシーケンスの上位3シーケンスの内容は次のようになる. これは、全体の20%程度になる.

1. シーケンス7(図6の判定項目を記したシーケンスの上から数えて7番目のシーケンスを表す.)
 - SGTRの認知、破損SGの同定には成功し、破損SGの隔離操作も実施したが、弁の動作不良によって隔離に失敗した. 更にこの状態認知を種々のパラメータから判断する必要があり、許容時間内に1次系の減圧操作することに失敗した.
2. シーケンス20
 - SGTRの認知、破損SGの同定には成功し、タ

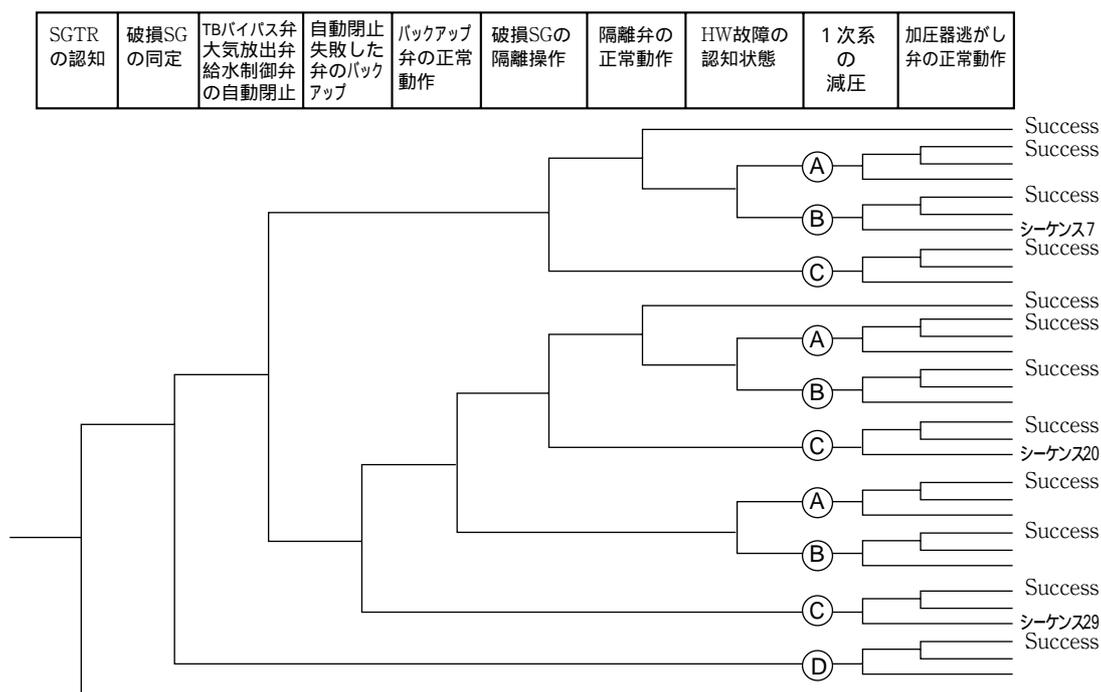


図7 「破損SGの隔離」,「1次系の減圧」に関する詳細OAT

	破損SGの隔離 P iso	1次系の減圧 P dp	シーケンス確率
THERP	0.03	Case 13 0.014	Case 13 4.2 E - 4
		Case 14 0.023	Case 14 6.9 E - 4
		Case 15 0.11	Case 15 3.3 E - 3
		Case 16 0.5	Case 16 1.5 E - 2
OAT	-	-	3.3 E - 3

表7 依存性の評価

ービンバイパス弁に自動で閉止できないものがあったので、手動バックアップを実施した。その後、ヒューマンエラーにより破損SGの隔離に失敗した。この結果、プラントパラメータが期待どおりの挙動を示さず、1次系の減圧を実施する必要があったが、これにも失敗した。

3. シーケンス29

- SGTRの認知、破損SGの同定には成功し、タービンバイパス弁に自動で閉止できないものがあったので、手動バックアップを実施した。

このバックアップ操作に失敗し、プラントパラメータが予期しない状況になった。1次系の減圧を試みたが、これに失敗した。

以上のように、表示灯がなかったり、故障していたりして、事故収束に係わる弁の状態が判らず、パラメトリックに事故収束を行わなければならない場合、SGTR事故収束に失敗する確率が大きくなることは、ユーザーの直感と相違はないものと思われる。

2.5 依存性の解析について

OATの解析結果と従来のイベントツリー解析の

結果を比較することにより、ヘディング「破損SGの隔離」と「1次系の減圧」の依存性をどの程度考慮すればよいかの知見が得られる可能性がある。下記の3ケースとOATの解析結果に比較を実施した例を表7に示す。

- Case 13 完全に2つのヘディングが独立とした場合。この場合は単純に各ヘディングの失敗確率の乗算となる。
- Case 14 破損SGの隔離に失敗した後に1次系の減圧の必要性を判断するものとし、1次系減圧のための許容診断時間に10分を仮定する。
- Case 15 何らかの従属性を認め、これをCase 13で得られた1次系減圧失敗確率の下限值を使用する。
- Case 16 2つのヘディングの間に依存性を認め、THERPでの取り扱い式を適用する。例えば高い従属性(HD)があるものと仮定すると、下記の評価式が適用できる。

$$P = P_{iso} \times \frac{1 + P_{dp}}{2} \quad (2)$$

但し、 P_{iso} は破損SGの失敗確率を表し、

P_{dp} は1次系減圧失敗の確率を表す。

本ケースの場合、破損SGの隔離に失敗したという条件での1次系の減圧の失敗確率は0.5となる。表6を見ても判るとおり、本ケーススタディにおいて、両者のヘディング間の依存性はあるものの、その依存性は低いと結論することができる。但し、OAT自身の感度解析、特にハードウェアの影響解析を実施していないこと、あるいは、例えば実際の国内のプラントの事故時手順書の実体を反映したものではないことから、国内の結果について、参考となるものではないことに注意する必要がある。

2.6 ベンチマーク問題Bから得られた知見

知見13：THERPもHCRもそれぞれ異なった特徴をもった評価手法であることから、評価のために必

要とされる情報には違いがあり、またその情報に対する解析結果の感度にも大きな違いがある。

知見14：THERPによる行動エラーの評価においては、特に次の取扱いの影響が大きい。

1. ストレスレベル
 2. タスクの難易度(ステップバイステップタスクかダイナミックタスクか)
 3. エラーの回復(Supervisor等による回復の効果)
- これらの扱いにより、単独の要素によりファクター5程度の差異を生じ得る。

知見15：単一の事故シーケンス中に複数のヒューマンエラーが存在する場合は、それらの間の依存性をどのように仮定するかで、シーケンスの解析結果には大きな差異が生じ得る。

知見16：詳細なイベントツリーを構築することにより、状況の進展や必要な判断、およびヒューマンエラーとして考慮している範囲が分かりやすく表示され、従来のイベントツリーと比べて理解しやすい。またエラーの原因も検討しやすく、これによりヒューマンエラー間の依存性の問題も考えやすい。

3. まとめと今後の予定

共通要因やヒューマン・ファクターの取り扱いの相違によりPSAの結果に不確実性が生ずることは、従来指摘されていたが、本報告で、大きな不確実性が生ずることを改めて指摘した。但し、専門家が適切な仮定を行えば、たとえ適用されるモデルが異なっても、大きな差異を生じないことから、PSAにおける運転や保守の専門家の参加の必要性が推奨される。Step-1, Step-2とも単一または2つのヘディングの感度解析を実施したにすぎず、今後はシーケンスにおける影響評価を実施し、よりPSAの結果の不確実性の把握に近づけていくことが肝要である。更にOATの詳細解析と感度解析も含めて実施し、今後、本ベンチマーク問題の結論を得る予定である。

参考文献

- (1) 丹羽雄二 高橋英明, PWRプラントのレベル-1 PSAベンチマーク解析(ベンチマーク問題設定), INSS Journal No1, 1994

- (2) S.A.Eida and M.B.Cally, "Generic Component Failure Data Base" PSA'93, 1993
- (3) R.C.Bertucio and J.A.Julius, "Analysis of Core Damage Frequency , Surry Unit 1 Internal Events" NUREG / CR-4550 Vol.3, Rev.1, Part 1, 1990
- (4) Virginia Electric Power Company, "Probabilistic Risk Assessment for the Individual Plant Examination Final Report Surry Unit 1 and 2", 1991
- (5) R.C.Bertucio and S.R.Brown, "Analysis of Core Damage Frequency , Sequoyah, Unit 1 Internal Events" NUREG / CR-4550 Vol.5, Rev.1, Part 1, 1990
- (6) TVA, "Sequoyah Nuclear Plant Unit 1 Probabilistic Risk Assessment Individual Plant Examination" , 1992
- (7) Northeast Nuclear Energy Company, "Millstone Unit 3 Probabilistic Safety Study", 1983
- (8) Data Summaries of Licensee Event Reports at U.S. Nuclear Power Plants.
- 1 . Diesel Generators , NUREG / CR-1362, 1980
- 2 . Pumps , NUREG / CR-1205, 1982
- 3 . Valves , NUREG / CR-1363, 1982
- 4 . Selected Instrumentation and Control Components , NUREG / CR-1740, 1984
- (9) "IEEE Guide to the Collection and Presentation of Electrical, Electronic, Sensing Component, and Mechanical Equipment Reliability Data for Nuclear-Power Generating Stations" IEEE Std 500-1984
- (10) "T-book 3rd edition, Reliability Data of Components in Nordic Nuclear Power Plants" The ATV Office, 1992
- (11) A.Poucet A.Amendra P.C.Cacciabue, "CCF-RBE Common Cause Failure Reliability Benchmark Exercise" EUR 11054 EN, 1987
- (12) A.D.Swain and H.E. Guttman, "Handbook of Human Reliability Analysis with Emphasis on Nuclear Power Plant Applications", NUREG / CR-1278, 1983
- (13) G.W.Hannaman, A.J. Spurigin and Y.D.Lubik, "Human Cognitive Reliability Model for PSA Analysis", NUS Corporation, 1984